

# MINISTERIO DE EDUCACION

**25728** *ORDEN de 30 de octubre de 1980 por la que se aprueba la transformación y clasificación provisional de Centros completos no estatales de Educación General Básica.*

Ilmo. Sr.: La Ley General de Educación establece, en sus disposiciones transitorias 2.ª y 3.ª la obligación de los actuales Centros docentes de acomodarse a los nuevos niveles educativos mediante la transformación, en su caso, y clasificación de los mismos. Dichas disposiciones han sido desarrolladas, entre otras, por las Ordenes ministeriales de 19 de junio de 1971, sobre transformación y clasificación de los actuales Centros docentes, y 22 de mayo de 1978, por la que se establecen los requisitos necesarios para la transformación y clasificación de los Centros de enseñanza.

Vistos los expedientes instruidos por los directores de los Centros no estatales que se relacionan en el anexo de la presente Orden, en solicitud de transformación y clasificación;

Resultando que los citados expedientes fueron presentados en tiempo y forma reglamentarios de las respectivas Delegaciones de Educación;

Resultando que dichas Delegaciones Provinciales han elevado propuesta acerca de las referidas peticiones y la Inspección Técnica y Oficina Técnica de Construcciones han emitido sus informes;

Vistas la Ley General de Educación de 4 de agosto de 1970 («Boletín Oficial del Estado» del 6) y Ordenes ministeriales de 19 de junio de 1971 («Boletín Oficial del Estado» de 1 de julio) y 22 de mayo de 1978 («Boletín Oficial del Estado» de 2 de junio), por las que se establecen las normas y requisitos necesarios para la transformación y clasificación de los Centros docentes;

Considerando que los Centros que se expresan, de acuerdo con el informe emitido por la Dirección Técnica de Proyectos, han de realizar obras de adaptación, o en su caso de nueva construcción para lograr la adecuación de su capacidad e instalaciones a las disposiciones vigentes en materia de transformación y clasificación.

Este Ministerio ha resuelto aprobar la clasificación y transformación provisional en Colegios completos no estatales de Educación General Básica de los Centros docentes que se relacionan en el anexo de la presente Orden, estando supeditada su clasificación definitiva a la realización de las obras necesarias para la suficiente adaptación a los módulos establecidos en la Orden ministerial de 22 de mayo de 1978.

Lo que comunico a V. I. para su conocimiento y efectos.

Madrid, 30 de octubre de 1980.—P. D., el Subsecretario, Antonio Lago Carballo.

Ilmo. Sr. Director general de Educación Básica.

## ANEXO QUE SE CITA

### Provincia de Barcelona

Municipio: Barcelona. Localidad: Barcelona. Denominación: «Roca-Gómez Pacheco». Domicilio: Avenida Meridiana, 237 y 253. Titular: Doña Guadalupe Gómez Pacheco y don Juan Roca Moreno.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por dos edificios situados en la avenida Meridiana, 237 y 253. Se autoriza la integración del Colegio «Gómez Pacheco» y de la Academia «Roca».

Municipio: Hospitalet de Llobregat. Localidad: Hospitalet de Llobregat. Denominación: «Azorín». Domicilio: Calle Anselmo Clavé, 6 y 8. Titular: Don Francisco Jiménez Martín.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por dos edificios situados en la calle Anselmo Clavé, 6 y 8.

### Provincia de Madrid

Municipio: Madrid. Localidad: Madrid. Denominación: Colegio «Froebel». Domicilio: Calle Infanta Mercedes, 93. Titular: Don Adolfo Rodríguez Gómez.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por un edificio situado en la calle Infanta Mercedes, 93.

Municipio: Madrid. Localidad: Madrid. Denominación: «Jaime Balmes-Virgen del Castañar». Domicilio: Calle Villaviciosa, 48 y Fuentesauco, 15. Titular: Doña María Carmen Martín Sánchez y Araceli Quintana Fernández.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por dos edificios situados en las calles Villaviciosa, 48 y Fuentesauco, 15. Se autoriza la integración de los Centros «Jaime Balmes» y «Virgen del Castañar».

Municipio: Madrid. Localidad: Madrid. Denominación: «Nuestra Señora de los Reyes». Domicilio: Calle Villaviciosa, 44 y Los Alamos, sin número. Titular: Don Julián García de Miguel.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por dos edificios situados en las calles Villaviciosa, 44 y Los Alamos, sin número.

Municipio: Madrid. Localidad: Madrid. Denominación: «Santa María del Pozo I». Domicilio: Calle Martos, 15. Titular: Fundación benéfico-docente Santa María del Pozo.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por un edificio situado en la calle Martos, 15.

Municipio: Madrid. Localidad: Madrid. Denominación: «Santa María del Pozo II». Domicilio: Calle Martos, 15 y Najarra, 26. Titular: Fundación benéfico-docente Santa María del Pozo.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por dos edificios situados en las calles Martos, 15 y Najarra, 26.

Municipio: Madrid. Localidad: Madrid. Denominación: «Timón». Domicilio: Calle Alenza, 6. Titular: Asociación de Iglesias Cristianas Adventistas del Séptimo Día de España.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por un edificio situado en la calle Alenza, 6.

Municipio: Alcalá de Henares. Localidad: Alcalá de Henares.—Denominación: «Nuestra Señora de la Salud». Domicilio: Calle Juan de Borgoña, D-3 y D-1 y Luis de Medina, 4. Titular: Doña María Remedios Pérez Torija.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por tres edificios situados en las calles Juan de Borgoña, D-1 y D-3 y Luis de Medina, 4.

Municipio: Alcalá de Henares. Localidad: Alcalá de Henares. Denominación: «Valle Inclán». Domicilio: Calle Infantado, 3 y 5. Titular: Don Juan José Carrascosa Verdú.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de nueve unidades y capacidad para 360 puestos escolares, constituido por dos edificios situados en la calle Infantado, 3 y 5.

Municipio: Alcorcón. Localidad: Alcorcón. Denominación: Colegio «Nuestra Señora de los Remedios». Domicilio: Calle Guindales, 19. Titular: Don Guillermo Castillo Lorenzo.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por un edificio situado en la calle Guindales, 19.

Municipio: Móstoles. Localidad: Móstoles. Denominación: «Laredo». Domicilio: Calle Río Tejuña, 4 y 6 y Zaragoza, 12. Titular: Don Luis del Castillo Hortelano.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de 12 unidades y capacidad para 480 puestos escolares, constituido por tres edificios situados en las calles Río Tejuña, 4 y 6 y Zaragoza, 12.

Municipio: Torrejón de Ardoz. Localidad: Torrejón de Ardoz. Denominación: «Alba». Domicilio: Calle Manuel Sandoval, 24 y 26. Titular: Doña Mercedes Cumplido Sánchez.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de ocho unidades y capacidad para 320 puestos escolares, constituido por un edificio situado en la calle Manuel Sandoval, 24-26. Se autoriza el cambio de domicilio de la calle Cristo, 76 a la calle Manuel Sandoval, 24-26.

### Provincia de Valencia

Municipio: Rocafort. Localidad: Rocafort. Denominación: «Guillén Tatay». Domicilio: Calle Profesorado Español, sin número. Titular: Juan y Vicente Guillén Tatay Rocafort.—Transformación y clasificación provisional en Centro de Educación General Básica de 16 unidades y capacidad para 640 puestos escolares, constituido por un edificio situado en la calle Profesorado Español, sin número.

## M<sup>o</sup> DE INDUSTRIA Y ENERGIA

**25729** *ORDEN de 13 de noviembre de 1980 por la que se autoriza a la Entidad «Unión Eléctrica, S. A.», la construcción de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo II), en la provincia de Guadalajara.*

Ilmos. Sres.: Con fecha 4 de septiembre de 1975 («Boletín Oficial del Estado» número 221, de 15 del mismo mes y año), la Dirección General de la Energía otorgó autorización previa a «Unión Eléctrica, S. A.», «Eléctricas Reunidas de Zaragoza, Sociedad Anónima», y «Energía e Industrias Aragonesas, Sociedad Anónima», para instalar las dos unidades de la central nuclear de Trillo (provincia de Guadalajara).

En escrito de fecha 12 de septiembre de 1978, las citadas Empresas solicitaron se iniciasen los trámites para que les fuese otorgada la autorización de construcción de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo II).

Posteriormente, con escrito de fecha 14 de febrero de 1979, se comunicó a la Dirección General de la Energía que «Eléctricas Reunidas de Zaragoza, S. A.», y «Energía e Industrias Aragonesas, S. A.», acordaban retirarse totalmente del proyecto de la central nuclear de Trillo, así como su aceptación por «Unión Eléctrica, S. A.», quedando, en consecuencia, esta Entidad como

única propietaria de la central nuclear de Trillo (Trillo I y Trillo II), según se autorizó por Resolución de la Dirección General de la Energía de 17 de agosto de 1979 («Boletín Oficial del Estado» número 204, de 25 del mismo mes y año).

Visto el expediente incoado al efecto, en solicitud de autorización de construcción de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo II), de una potencia nominal de 1.000 MWe.

Vista la Ley de 29 de abril de 1964, sobre energía nuclear; el Decreto 2869/1972, de 21 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas; la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y sin perjuicio de las atribuciones que por esta última Ley le correspondan al citado Consejo de Seguridad Nuclear.

Vistos el informe de la Delegación Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Guadalajara y el dictamen emitido al respecto por la Junta de Energía Nuclear,

Este Ministerio de Industria y Energía, a propuesta de la Dirección General de la Energía, ha tenido a bien autorizar la construcción de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo II), de una potencia nominal de 1.000 MWe., en el término municipal de Trillo (provincia de Guadalajara), siempre y cuando se cumplan los siguientes límites y condiciones:

1.º A los efectos previstos en la legislación vigente, se considera titular de esta autorización de construcción y explotador responsable de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo II) a «Unión Eléctrica, S. A.».

2.º La unidad II de la central nuclear de Trillo se construirá en el paraje «Cerrillo del Alto», dentro del término municipal de Trillo (provincia de Guadalajara), al sureste de la unidad I, actualmente en construcción, al amparo de la Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 17 de agosto de 1979. Su emplazamiento será el descrito en el documento «Central nuclear de Trillo, unidad II. Investigaciones geotécnicas complementarias realizadas en el área del emplazamiento. Apéndice A. "Unión Eléctrica, S. A.", septiembre de 1980», presentado por el titular en cumplimiento de lo dispuesto en el apartado a) de la condición decimotercera de la autorización previa concedida por Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 4 de septiembre de 1975. La instalación estará equipada con una caldera nuclear de agua ligera a presión, cuya potencia térmica nominal del núcleo será de tres mil diez megavatios, dispondrá de tres circuitos de refrigeración, combustible en forma de dióxido de uranio ligeramente enriquecido y sistemas auxiliares y salvaguardias técnicas asociadas, todo ello de proyecto y suministro «Kraftwerk Union Aktiengesellschaft», KWU, de la República Federal de Alemania.

3.º La autorización de construcción faculta al titular para la construcción y el montaje de la instalación nuclear, de acuerdo con los requisitos de la legislación vigente aplicable, con los límites y condiciones de esta autorización y con los límites y condiciones aplicables de la autorización previa. El plazo de ejecución será de nueve años, a partir de la fecha de concesión, dentro del cual deberá incluirse la verificación prenuclear de la instalación según prescribe el capítulo IV del título II del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Decreto 2869/1972, de 21 de julio, del Ministerio de Industria). En el caso de que se produzcan retrasos en la iniciación de la construcción o interrupciones en ésta o en el montaje de la instalación, el titular justificará ante la Dirección General de la Energía que la seguridad y la protección radiológica no quedan negativamente afectadas. Al menos un año antes de la fecha prevista para el comienzo de la carga del combustible en el reactor, el titular habrá de solicitar el permiso de explotación provisional, satisfaciendo los requisitos del artículo 28 del citado Reglamento y todo lo que resulte aplicable de esta autorización.

4.º Para el proyecto de la caldera nuclear y demás componentes, sistemas y estructuras relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica se adoptará como central de referencia la central nuclear de Trillo, unidad I, propuesta por el titular en cumplimiento de la condición tercera de la autorización previa. El proyecto deberá incorporar todos los requisitos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica que se introduzcan en la mencionada central de referencia o en cualquier otra central del mismo tipo, en construcción o explotación, en el país de origen del proyecto. El titular podrá solicitar exenciones concretas a este requisito, aportando la documentación que justifique su solicitud.

5.º El titular deberá presentar ante la Junta de Energía Nuclear los resultados de la campaña de investigación geotécnica adicional necesaria para definir con detalle las características del subsuelo sobre el que se asentarán las estructuras de categoría sísmica I y las relacionadas estrechamente con ellas. Esta campaña se realizará de acuerdo con los epígrafes A.1 al A.4, ambos inclusive, del apéndice A del documento «Central nuclear de Trillo, unidad II. Investigaciones geotécnicas complementarias realizadas en el área del emplazamiento. "Unión Eléctrica, S. A.", septiembre 1980», y con cualquier otro requisito adicional que la Junta de Energía Nuclear estime necesario desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica. Las excavaciones para la cimentación de dichas estructuras no podrán comenzar hasta que la Dirección General de la Energía haya apreciado favorablemente los resultados presentados por el titular.

6.º El proyecto de la instalación deberá satisfacer los criterios y requisitos técnicos sobre seguridad nuclear y protección

radiológica que se identifican en el apéndice A. Asimismo, y en cuanto no se oponga a lo anterior, se ajustará a los criterios contenidos en el proyecto general y en el estudio preliminar de seguridad que fueron remitidos al solicitar la autorización de construcción y en la revisión a dicho estudio, así como al contenido de las aclaraciones, datos, estudios y documentos adicionales presentados a requerimiento de la Junta de Energía Nuclear y a las consecuentes modificaciones y compromisos introducidos o aceptados por el titular. El titular podrá solicitar exenciones concretas a este requisito, aportando la documentación que justifique su solicitud.

7.º Los componentes, sistemas y estructuras que se identifican en el apéndice B requerirán aprobación de la Dirección General de la Energía, previa a su fabricación o construcción.

A este fin, el titular deberá presentar con antelación suficiente la información que para cada caso se especifica en dicho apéndice.

8.º El titular presentará a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear, dentro de los plazos y términos que se indican en el apéndice C, los estudios y la información técnica sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se especifican en cada caso. Asimismo, el titular presentará los estudios e información adicional que puedan ser requeridos específicamente por la Junta de Energía Nuclear. Los criterios, requisitos, especificaciones y condicionamientos que emanan de dicho estudio e información técnica no podrán ser incorporados al proyecto, construcción y montaje de la instalación sin que hayan sido apreciados de forma favorable por la Junta de Energía Nuclear.

9.º El titular deberá disponer de una organización calificada para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante el proyecto y la construcción, que habrá de ser aprobada por la Dirección General de la Energía. A tal fin, el titular deberá presentar el organigrama de actividades, personal disponible, experiencia y cualificaciones del mismo. La propuesta se ajustará a los principios y contenido de los documentos aplicables publicados por los Organismos competentes nacionales, por los internacionales a los que pertenezca el Estado Español, por los del país de origen del proyecto y de otros países que hayan contribuido al desarrollo del prototipo del proyecto. No se podrá comenzar el proyecto de la caldera nuclear, sus sistemas auxiliares y salvaguardias técnicas, a que se refiere la condición segunda, sin que la Dirección General de la Energía haya aprobado la organización propuesta.

10. El titular concertará los acuerdos que procedan con los suministradores, fabricantes y Sociedades de ingeniería y de servicios, tanto nacionales como extranjeros, para garantizar la disponibilidad de los documentos, datos y justificantes técnicos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica de la instalación que sean requeridos por la Administración, la cual garantizará la defensa de la propiedad industrial que sea reclamada. No se incorporarán al proyecto dispositivos o características cuyas bases técnicas no puedan ser justificadas plenamente. Los acuerdos incluirán también el archivo de los documentos del proyecto especificado en la lista 1, anexo I, de la Guía de Seguridad, número 50-SG-QAZ, «Quality Assurance Records System», del Organismo Internacional de Energía Atómica, o equivalente. Aquellos documentos de proyecto considerados en la citada lista 1 como de archivo permanente durante toda la vida de la central se archivarán dentro del territorio nacional. Las excepciones a este punto deberán ser identificadas, justificadas y notificadas a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear. En estos casos, el titular establecerá con los Organismos implicados compromisos formales que permitan la accesibilidad a dichos documentos.

11. En cuanto se relacione con la seguridad nuclear y la protección radiológica, el titular aprobará y supervisará la ejecución de los programas de garantía de calidad de suministradores Sociedades de ingeniería y de servicio, Empresas de construcción, fabricación, montaje y transporte cuyos servicios contrate. Los contratos quedará sometidos, si son nacionales, al régimen de autorizaciones y de inspecciones que se contempla en el vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Si fuesen extranjeros, el titular deberá acreditar que ha establecido los pertinentes acuerdos para que los Inspectores de la Administración tengan libre acceso a las oficinas técnicas y procesos de fabricación relacionados con el proyecto.

12. En cumplimiento del acuerdo tomado en Consejo de Ministros del 20 de abril de 1979, en relación con las modificaciones a introducir en las centrales españolas como resultado del accidente en la central nuclear «Isla de las Tres Millas», el titular tendrá en cuenta las directrices emanadas de los Organismos internacionales competentes, las aprobadas en el país de origen del proyecto y en otros países que hayan contribuido al desarrollo del prototipo del proyecto. Entre tanto, considerará específicamente lo que sigue:

12.1. En relación con la formación y entreno personal del futuro personal de operación y con el número mínimo de personal con licencias de operación, a prever en cada turno de operación, a que se refiere el artículo 61 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se aplicarán los siguientes criterios:

a) Cada turno de operación deberá incluir, al menos, dos operarios con licencia de supervisor; otro operario, con licencia de operador, para atender los sistemas nucleares, y

otro adicional, que no requerirá licencia, para atender sistemas no nucleares.

b) Un grupo de reserva, como el expuesto en el punto anterior, estará disponible para acudir a la sala de control antes de treinta minutos desde que sea solicitada su presencia.

c) El programa de formación y entrenamiento del personal de operación incluirá lecciones sobre la utilización de los sistemas de que dispone la central, sean o no de seguridad, para atajar o mitigar las consecuencias de un incidente que ocasiona un daño grave al núcleo; sobre las peculiaridades del accidente en la central nuclear «Isla de las Tres Millas», y sobre la posible evolución de accidentes con pérdida de refrigerante en la central nuclear de Trillo.

12.2. La válvula motorizada YC 10 S001, situada sobre la tapa de la vasija de presión del reactor, sólo podrá ser operada manualmente y mediante un interruptor de llave. La válvula dispondrá de un enclavamiento que impida su apertura durante el funcionamiento del reactor a potencia.

12.3. El proyecto del sistema de refrigeración de la piscina de combustible deberá ser modificado de forma que incluya un tercer lazo de refrigeración capaz de impedir la mezcla del agua de la piscina con la del sumidero de la contención en caso necesario.

12.4. Las bombas de drenaje del edificio del reactor deberán ser controladas manualmente desde la sala de control. Sólo será admisible la operación automática de estas bombas cuando el reactor se encuentre parado y su presión sea inferior a 35 bar.

12.5. Se incorporará un sistema de control de hidrógeno que incluya recombinadores, instalados de modo permanente en el interior de la contención, cuyo centro de control esté protegido para garantizar su accesibilidad en cualquier condición.

12.6. Se incorporará un medidor de subenfriamiento, basado en la diferencia entre la temperatura del refrigerante y la correspondiente temperatura de ebullición a la presión a que se encuentre.

12.7. El titular incorporará al proyecto, y lo justificará ante la Junta de Energía Nuclear antes de su aplicación en obra, los siguientes criterios de seguridad:

12.7.1. Se podrá seguir la evolución de los parámetros y de las variables que sean esenciales para atajar o mitigar las consecuencias de un accidente del que puede resultar daño grave al núcleo. Se considerará la incorporación de instrumentos con alto margen de medida, tales como monitores de radiación en áreas, sistemas de seguridad o puntos previsibles de escape de efluentes al exterior; medidores de temperatura en el núcleo, de presión y temperatura en el circuito primario y en otros sistemas auxiliares importantes para la seguridad, así como medidores de presión y de concentración de hidrógeno en la contención.

12.7.2. El sistema de toma de muestras del refrigerante del reactor y de la atmósfera de edificios esenciales, junto con el proceso de análisis radioquímico, habrán de ser capaces de suministrar en una hora los datos de contaminación de los fluidos con gases nobles radiactivos, isótopos del yodo y del cesio, y en dos horas, para los otros nucleidos. Se considerará expresamente la posibilidad de manejar muestras altamente contaminadas con productos radiactivos que hayan escapado del núcleo.

12.7.3. Se podrá detectar la aparición o la existencia de condiciones de refrigeración deficiente del núcleo, y se establecerán las medidas consiguientes para corregir tal situación. A tal fin, se considerará la utilización de instrumentación específica.

12.7.4. El proyecto del blindaje de las zonas donde se localizan equipos, componentes o centros de control que sean esenciales para atajar o mitigar las consecuencias de un accidente se ajustará a los límites siguientes:

a) Para zonas de permanencia limitada, 50 milisievert a todo el cuerpo, o equivalente a otros órganos, durante la duración del accidente.

b) Para zonas de permanencia continua, 15 centésimas de milisievert por hora, promediada sobre treinta días, y 50 milisievert a todo el cuerpo, o equivalente a otros órganos, durante la duración del accidente.

13. El titular analizará la aplicación al proyecto, construcción y montaje de la instalación de los criterios, códigos, normas y guías sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se publiquen durante el período de validez de esta autorización. Se tendrán en cuenta, en este orden, los que procedan de los Organismos competentes nacionales, de los internacionales a que pertenezca el Estado Español, del país de origen del proyecto y de otros países que hayan contribuido al desarrollo del prototipo del proyecto. El proyecto, construcción y montaje de la instalación deberá adaptarse a tales documentos. Las excepciones habrán de ser favorablemente apreciadas por la Dirección General de la Energía, tras la oportuna justificación técnica por parte del solicitante.

14. Antes de comenzar la fabricación o construcción de cualquier componente o estructura que afecte a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, el titular deberá verificar las especificaciones de aquéllos, a fin de comprobar que se da cumplimiento a los criterios, normas y guías nacionales

y del país origen del proyecto, más recientes, aplicables en cada caso

15. Será responsabilidad del titular la clausura de la instalación, en condiciones de seguridad, una vez que haya cesado de funcionar para el fin propuesto. Al solicitar el permiso de explotación provisional, el titular describirá los medios incorporados al proyecto para facilitar la clausura de la instalación. En el cumplimiento de esta condición el titular tendrá en cuenta la normativa nacional vigente, la recomendada por los Organismos internacionales a los que pertenezca el Estado Español; la que al respecto se haya podido desarrollar en el país de origen del proyecto y en los países que han contribuido al desarrollo del prototipo del proyecto.

16. El titular remitirá periódicamente a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear, en los plazos que se indican a partir de la fecha de esta autorización, los siguientes documentos:

a) Dentro de los treinta días siguientes a cada trimestre natural, un informe que contenga: El estado de las revisiones al estudio preliminar de seguridad; los progresos alcanzados en el programa de investigación y desarrollo que se realicen para mejor justificación de la idoneidad del proyecto y de los márgenes de seguridad, así como los estudios y análisis que se lleven a cabo en relación con el cumplimiento de lo establecido en estos límites y condiciones; la evolución del proyecto y del programa de construcción; los progresos realizados en la preparación del programa de pruebas prenucleares; los progresos realizados en la preparación del estudio de seguridad y demás documentos requeridos para solicitar el permiso de explotación provisional; las actividades no previstas y las incidencias que hubiere durante la construcción.

b) Dentro de los quince primeros días de cada mes, y referido a las actividades del mes anterior, un informe que, en cuanto afecte a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, contenga: Relación de ofertas seleccionadas y controles establecidos con Sociedades de ingeniería y servicios, construcción, montajes y transportes; relación de componentes contratados y sistemas a que pertenecen, así como fabricantes de los mismos; fechas previstas de iniciación y finalización de las actividades implicadas, clases o niveles de seguridad, categorías sísmicas, códigos, características del proyecto, especificaciones técnicas, procedimientos de fabricación y montaje, planes de inspección, agencias de inspección independientes seleccionadas y documentación técnica que haya de forma parte de los archivos de la central (para los fabricantes nacionales se incluirá, cuando sea aplicable, copia de la autorización otorgada por la Dirección General de la Energía a que se refiere el título VII del vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas); revisiones de los manuales de garantía de calidad, procedimientos e inspecciones del titular; relación y resultados de las auditorías realizadas y puntos de inspección en los que se estará presente a lo largo de los tres meses siguientes; relación de materiales, equipos y componentes que hayan entrado en el emplazamiento, con el aval de haber sido autorizados explícitamente por el personal de garantía de calidad del titular e incidencias destacables desde el punto de vista de la garantía de calidad.

17. La cobertura del riesgo nuclear se atenderá a lo dispuesto en la Ley de 29 de abril de 1984, sobre energía nuclear, al Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares, de 22 de julio de 1987, y al Decreto 2884/1988, de 7 de noviembre.

18. La autorización de construcción se concede en base a los criterios y datos del proyecto presentados, y no supone reconocimiento definitivo de la seguridad nuclear de sistema alguno o de sus especificaciones. Se podrá dejar sin efecto, en cualquier momento, si se comprobare el incumplimiento de estos límites y condiciones, la existencia de discrepancias fundamentales con los criterios y datos en los que se ha basado la concesión de esta autorización de construcción, o si se identificasen factores desfavorables desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica no conocidos al concederse la misma.

19. Se autoriza a la Dirección General de la Energía para modificar el contenido de los límites y condiciones técnicos de la presente autorización, o imponer otros nuevos, así como exigir la introducción de modificaciones al proyecto y otras acciones correctoras pertinentes, a la vista de:

1) La experiencia que se obtenga durante la construcción y explotación de centrales nucleares del mismo tipo en España, en el país de origen del proyecto o en otros países que hayan contribuido al desarrollo del prototipo del proyecto.

2) El resultado de los estudios pendientes y de los programas de investigación y desarrollo en marcha relacionados con el prototipo del proyecto, y

3) El resultado de las pruebas y verificaciones llevadas a cabo para comprobar los márgenes de seguridad del mismo.

20. Para el mejor cumplimiento y verificación de estos límites y condiciones, la Junta de Energía Nuclear podrá remitir directamente al titular las instrucciones complementarias pertinentes.

21. La presente Orden se entiende sin perjuicio de las concesiones y autorizaciones complementarias cuyo otorgamiento

corresponda a otros Ministerios u Organismos de la Administración.

Lo que comunico a VV. II. para su conocimiento y efectos. Dios guarde a VV. II. muchos años.  
Madrid, 13 de noviembre de 1980.

BAYON MARINE

Ilmos. Sres. Comisario de la Energía y Recursos Minerales y Director general de la Energía.

#### APENDICE A

##### Crterios y requisitos técnicos sobre seguridad nuclear y protección radiológica aplicables al proyecto de la segunda unidad de la central nuclear de Trillo (Trillo II)

El titular revisará y modificará en lo que proceda los criterios de proyecto contenidos en la documentación presentada en apoyo de la solicitud, de modo que la construcción de la instalación se ajuste a los siguientes criterios y requisitos:

##### A.1. Proyecto resistente.

A.1.1. El proyecto sismorresistente de las estructuras, sistemas, equipos y componentes de la instalación de categoría sísmica I se realizará utilizando para la aceleración máxima del suelo un valor no inferior al 12 por 100 de la aceleración de la gravedad, para cada una de las dos componentes horizontales. Asimismo, el valor mínimo que se considerará para la componente vertical será del 8,5 por 100 de la aceleración de la gravedad. En consecuencia, se reelaborarán los espectros de respuesta horizontal y vertical, así como los acelerogramas artificiales a utilizar en el proyecto. Los espectros de respuesta se basarán, a no ser que se justifique debidamente cualquier otra alternativa, en los propuestas en la guía 50-SG-SI «Earthquakes and Associated Topics in Relation to Nuclear Power Plant Siting, 1979» del Organismo Internacional de Energía Atómica. Asimismo, se introducirán las correcciones pertinentes a causa de la potencia y características de los materiales subyacentes y los datos precisos sobre la interacción suelo-estructura específicos del emplazamiento.

A.1.2. En el proyecto del sistema de tuberías del circuito primario deberán calcularse, mediante análisis, los márgenes de seguridad en caso de ocurrencia de terremoto de parada sin riesgo y consiguientes sobrecargas impuestas por el mismo. Si, como consecuencia de tal análisis, resultaran márgenes de seguridad insuficientes, deberá demostrarse: bien la imposibilidad de una actuación simultánea de las cargas del mismo y de las resultantes del accidente con pérdida de refrigerante inducido, por presentarse éste con la suficiente demora; o bien, la oportuna adecuación del proyecto, de los materiales y de sus correspondientes programas de pruebas.

A.1.3. Dentro del conjunto de las combinaciones propuestas de cargas, a tener en cuenta en el proyecto de los edificios y estructuras significativamente importantes para la seguridad, deberá considerarse siempre, junto con la carga sísmica, la carga debida a las ondas de presión resultantes de roturas en los depósitos a presión ubicados en el edificio de la turbina.

A.1.4. La clasificación sísmica de los sistemas y componentes será la establecida en el proyecto aprobado por Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 17 de agosto de 1979 por la que se concedió la autorización de construcción para la unidad I de la central nuclear de Trillo.

##### A.2. Zonas alrededor de la instalación.

Se definirán las siguientes zonas alrededor de la instalación:

##### A.2.1. Zona bajo control del explotador.

Su perímetro estará situado, con carácter preliminar, a una distancia mínima de quinientos metros de la chimenea. Dentro de esta zona el titular habrá de tener facultades suficientes para poder excluir cualquier otra actividad o servidumbre. El tamaño definitivo se fijará a la vista de los datos que se aporten el estudio de seguridad que debe presentar el titular al solicitar el permiso de explotación provisional.

##### A.2.2. Zona protegida.

Su perímetro estará situado, con carácter preliminar, a una distancia mínima de 3.500 metros de la chimenea. El titular demostrará que las medidas de protección y de emergencia previstas, y los medios disponibles, representan una garantía razonable para la salud y seguridad de la población residente en dicha zona, en caso de ocurrir un accidente nuclear. El tamaño definitivo se fijará a la vista de los datos que se aporten en el estudio de seguridad antes citado.

##### A.3. Sistemas de almacenamiento, tratamiento y eliminación de los residuos radiactivos.

A.3.1. Los equipos y componentes de los sistemas de almacenamiento, tratamiento y eliminación de los residuos radiactivos producidos tendrán fiabilidad y redundancia suficiente para garantizar, en todo momento, el correcto funcionamiento de los sistemas. Los sistemas serán proyectados con capacidad suficiente para que, en presencia de las condiciones de explotación previsibles más desfavorables durante la vida de la ins-

talación, no se superen los límites radiológicos especificados en la autorización previa concedida, ni los límites contenidos en este condicionado, cualesquiera que sean más restrictivos.

##### A.3.2. En relación con los residuos radiactivos sólidos:

A.3.2.1. Se dispondrá en el emplazamiento de los medios adecuados para almacenar de forma segura, durante cinco años consecutivos, los residuos radiactivos sólidos que se produzcan. El tamaño de los embalajes, la composición, estado final y características físico-químicas de los residuos, así como las tasas de exposición en la superficie de los embalajes que hayan de ser evacuados de la instalación, para su almacenamiento definitivo, deberán cumplir las especificaciones vigentes.

A.3.2.2. La extracción del aire procedente del bidón que se esté llenando y sobre el que esté en fase de lavado, así como la extracción correspondiente a los compartimentos donde se realiza el llenado y lavado de los bidones, irán de forma independiente al sistema de ventilación de la nave del sistema de tratamiento de sólidos, evitando que se produzca la dilución del aire extraído con el del resto de la nave. El proyecto de la nave del sistema de tratamiento de sólidos incorporará una instalación contra incendios de elevada fiabilidad. En caso de producirse un incendio se producirá el cierre del sistema de ventilación de la nave.

##### A.3.3. En relación con los residuos radiactivos líquidos:

A.3.3.1. La bomba que realiza la descarga de los residuos líquidos contenidos en los depósitos de control al canal de descarga solamente podrá ponerse en marcha, por actuación manual desde la sala de control, por personas autorizadas. Se proveerán los medios necesarios para que se impida el vertido al canal de descarga si:

— El detector gamma de la tubería de descarga mide una actividad específica superior a los 18 megabecquerelios por metro cúbico.

— El detector gamma se encuentra averiado, sin fuente de energía o ha sido retirado de su lugar de operación.

Aparecerán señales de alarma en la sala de control cuando se originen las anteriores situaciones, así como en el caso en que se detecte la entrada de líquido en el depósito colector de fugas de la tubería de descarga.

A.3.3.2. El concentrado procedente de los procesos de evaporación y de los filtros precapa será bombeado al depósito de concentrados.

A.3.3.3. La actividad descargada en forma de efluentes líquidos procedentes del edificio de turbina, así como el vertido de agua de servicios, deberán incluirse en las descargas controladas. Las descargas se efectuarán por bombeos, instalándose antes de cada bomba un detector gamma. Si las medidas fueran superiores a tres décimas de megabecquerelios por tonelada deberán aparecer las correspondientes alarmas en la sala de control. Se proveerán los medios necesarios para que se impida el vertido directo al canal de descarga: a) cuando el detector marque el valor citado anteriormente; b) cuando el detector esté averiado o haya sido quitado de su sitio, y c) cuando el detector no reciba corriente de alimentación.

##### A.3.4. En relación con los residuos radiactivos gaseosos:

La medida de la actividad de los gases nobles deberá producir el cierre del sistema de ventilación del edificio del reactor si se excede el límite de la actividad específica de evacuación de los mismos. A este fin se dispondrá de detectores para medir los vertidos de gran actividad en caso de accidente.

A.3.5. Como objetivo de proyecto se adoptarán los siguientes límites de actividad vertida al medio, por encima del fondo radiactivo ambiental:

A.3.5.1. Tomando como base la semana, el valor medio en actividad específica en la zona de mezcla del canal de descarga, a consecuencia del vertido de los residuos radiactivos líquidos producidos y almacenados en el sistema de tratamiento, será inferior a:

- dieciocho kilobecquerelios por metro cúbico sin considerar el tritio.
- un gigabecquerelio por metro cúbico de tritio.

En cualquier caso la actividad total vertida al canal de descarga, acumulada a lo largo de un año natural, será inferior a:

- treinta y siete gigabecquerelios sin considerar el tritio.
- dieciocho terabecquerelios de tritio.

A.3.5.2. Los límites medios de tasas de emisión gaseosas serán:

- Gases nobles ..... una décima de terabecquerelio por hora.
- Aerosoles ..... setenta y cuatro megabecquerelios por día.
- I-131 ..... dieciocho megabecquerelios por día.

En cualquier caso la actividad total acumulada emitida a la atmósfera en un año natural será inferior a:

- Gases nobles ..... quinientos dieciocho terabecquerelios.
- Aerosoles ..... treinta y siete gigabecquerelios.
- I-131 ..... siete gigabecquerelios.

A.3.6. El proyecto de la instalación deberá prever la incorporación de los últimos requisitos establecidos por la Co-

misión de Normas Nucleares del país de origen del proyecto, para el control de las descargas de material radiactivo en los efluentes líquidos y gaseosos, así como para la vigilancia de los niveles locales de radiación dentro de la instalación.

#### A.4. Sistemas de ventilación.

A.4.1. Los subsistemas de filtración del sistema de extracción del aire del recinto anular del edificio del reactor, a emplear en caso de accidente, deberán proyectarse con una redundancia de 2 al 100 por 100.

A.4.2. El aire descargado del recinto anular del edificio del reactor en condiciones normales de funcionamiento deberá tener la posibilidad de pasar a través de filtros de carbón activado. A tal efecto deberán efectuarse las apropiadas modificaciones de proyecto.

#### A.5. Sistema primario de refrigeración del núcleo.

A.5.1. El sistema primario de refrigeración incorporará un sistema específico para la detección de partes sueltas.

A.5.2. En el análisis de tensiones y de fatiga de las tuberías del sistema primario de refrigeración del reactor se tendrán en cuenta los momentos producidos por roturas en las conexiones del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y evacuación del calor residual, consideradas hasta el primer punto de anclaje o del que se conozcan los desplazamientos.

A.5.3. Los codos de las tuberías del circuito primario de refrigeración deberán fabricarse como piezas forjadas sin soldaduras.

#### A.6. Sistema secundario de producción de vapor.

A.6.1. El proyecto de las tuberías de agua de alimentación y generadores de vapor tendrán en cuenta los esfuerzos originados por golpes de ariete que puedan tener lugar tanto en condiciones normales como en transitorias de operación.

A.6.2. El proyecto de las válvulas de aislamiento de las tuberías de vapor principal se ajustará a los criterios actualmente aplicados en el país de origen del proyecto, en particular a los utilizados en la central nuclear Philippsburg, unidad 2.

A.6.3. Las especificaciones relativas a los generadores de vapor deberán incluir disposiciones sobre garantía de calidad, clasificadas de acuerdo con la importancia, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica, de los distintos componentes internos a los que se han de aplicar. A este fin, se considerarán las siguientes categorías:

- Componentes internos para los que en el caso de rotura de una línea de vapor principal resulta imprescindible excluir cualquier fallo que pudiera ocasionar daño a los tubos del generador de vapor.

- Componentes internos que son significativos para la seguridad pero que un posible fallo de los mismos tras la rotura de una línea de vapor principal no puede ocasionar daño a los tubos del generador de vapor.

- Componentes internos no significativos para la seguridad.

#### A.7. Sistemas eléctricos e instrumentación.

A.7.1. El proyecto de la instalación deberá incluir la instrumentación sísmica descrita en la KTA-Regel 2201.5 «Auslegung von Kern Kraftwerken gegen seismische Einwirkungen; Teil 5: Seismische Instrumentierung» del país de origen del proyecto.

A.7.2. Durante el periodo de vigencia de esta autorización el titular proseguirá los programas de observación meteorológica en el emplazamiento para la obtención sistemática de todos los datos necesarios para el conocimiento del régimen de difusión atmosférica local.

A.7.3. Las barras de distribución del sistema eléctrico, identificadas como GE y MY (reserva de servicios vitales y comunicaciones, respectivamente), deberán ser proyectadas según criterio antisísmico y, en general, con los mismos requisitos que otros equipos eléctricos con funciones de seguridad.

A.7.4. El equipo de alimentación de los solenoides de las válvulas piloto que accionan las válvulas de seguridad del presionador tendrá las mismas características de calidad que el sistema de protección del reactor.

A.7.5. La iniciación de las acciones protectoras en el circuito secundario, en el caso de rotura de tubería de agua de alimentación aguas arriba de la válvula de retención, deberá tener lugar aun postulando el fallo de los sensores de nivel de agua de los generadores de vapor incorporados en el proyecto presentado. A este fin el equipo de detección de nivel tendrá diversidad suficiente.

A.7.6. Se instalarán medios redundantes y diversos de detección de fugas en condiciones normales del sistema primario, incluyendo medidores de actividad de partículas en aire y de caudal o de nivel en los sumideros de los compartimentos del recinto de contención. El medidor de actividad de partículas en aire deberá ser operativo en caso del sismo de parada segura.

A.7.7. Para detectar la exposición a la radiación dentro de la central nuclear, en caso de accidente, se dispondrán detectores portátiles con una sensibilidad de hasta quinientos roentgen por hora situados a la entrada del área controlada o en la sala de control.

A.7.8. Cuando el detector gamma situado en el canal de descarga de los efluentes líquidos señale una actividad específica superior a tres décimas de megabecquerelio por metro cúbico aparecerá una señal de alarma en la sala de control.

A.7.9. El suministro de energía a las barras de distribución del sistema eléctrico de alimentación de emergencia podrá realizarse desde barras auxiliares normales siempre que se justifique adecuadamente que tal modalidad ofrece globalmente mayores ventajas desde el punto de vista de la seguridad nuclear que las derivadas de un suministro directo desde barras de salvaguardia, junto con un retraso de quince segundos en el arranque de los grupos diesel del sistema de alimentación de emergencia con respecto a la formación de la señal de iniciación.

A.7.10. La interconexión de las barras FS, FT, FU y FV del sistema eléctrico de alimentación de emergencia podrá preverse de forma que cada una de tres de dichas barras se acople con la restante, considerada de apoyo o reserva, siempre que se justifique adecuadamente que tal disposición resulta más fiable que aquella en que el acoplamiento se efectúe dos a dos. En este último caso, el suministro de energía a los accionadores de las válvulas del aislamiento del sistema primario deberá proyectarse, para cada línea a aislar, desde dos barras diferentes que no puedan conectarse entre sí.

A.7.11. Las únicas protecciones de los grupos diesel que deberán permanecer efectivas en caso de accidente son las de sobrevelocidad, sobreintensidad, presión del aceite de lubricación y nivel del agua de refrigeración.

A.7.12. La detección de la pérdida de energía a los sistemas de servicios auxiliares para actuar el sistema de energía eléctrica de emergencia se hará, además de por señales de baja tensión, por señales de baja frecuencia.

#### A.8. Sistema de contención.

A.8.1. El proyecto incorporará un sistema de aspersión de la contención en el caso que los estudios oficiales en curso en el país de origen del proyecto no permitan confirmar que el sistema es innecesario. A este fin el proyecto deberá prever la posibilidad de tal incorporación.

A.8.2. La presión de prueba de la hermeticidad de la contención será aumentada hasta los valores previstos en la normativa RSK del país de origen del proyecto, en el caso que los estudios oficiales en curso no confirmen la validez de las pruebas propuestas a presión reducida (cincuenta kilopascales). A este fin el proyecto deberá incorporar las provisiones necesarias.

#### A.9. Inspección y pruebas.

A.9.1. El programa de inspección en servicio incorporará los criterios contenidos en la sección XI del código ASME, edición 1980, en cuanto a la extensión, periodos, categorías, métodos y técnicas a utilizar. En particular se detallarán las técnicas para la evaluación de grietas y se justificará el uso de otras posibles técnicas no contempladas actualmente por el código ASME. Asimismo se incluirá en el programa de inspección en servicio la inspección base o de referencia de la vasija del reactor y demás componentes de la barrera de presión y se justificarán los métodos de reproducibilidad de los resultados obtenidos en la misma.

A.9.2. El proyecto garantizará que los aislamientos térmicos y el acceso a las zonas de inspección en servicio de los componentes individuales del sistema de refrigeración del reactor permitan la utilización del equipo de inspección manual y automático.

A.9.3. El análisis de la mecánica de la fractura incluirá las medidas a adoptar para garantizar que no es necesario considerar la aparición de grietas longitudinales supercríticas en las tuberías del sistema primario, así como los estudios realizados para demostrar que la rotura de una línea de interconexión al primario no da lugar a grietas supercríticas en el sistema. Se identificarán las posibles zonas inaccesibles a la inspección en servicio en todos los componentes de la barrera de presión del refrigerante del reactor y se demostrará que en estas zonas las grietas potenciales son menores que la crítica.

A.9.4. El programa de inspección en servicio y métodos de detección de tubos dañados en los generadores de vapor se extenderá también a los casos de operación con dos circuitos de refrigeración y a potencia nula. A este fin se aplicará el contenido de las guías 1.83 y 1.121 desarrolladas por el Organismo regulador de los Estados Unidos de América.

A.9.5. Todos los componentes y sistemas de la instalación que estén relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica deberán ser de tipo probado con anterioridad, justificado con una satisfactoria experiencia en explotación. Cualquier excepción deberá ser identificada y justificada antes de su montaje. En este caso se considerarán prototipos y estarán sometidos a los ensayos correspondientes que sean necesarios para su aceptación.

A.9.6. Se llevará a cabo una prueba de idoneidad de los módulos ISKAMATIC A de los sistemas de limitación, de acuerdo con la norma KTA 3501, punto 6.1.1, del país de origen del proyecto. Esta prueba no sería necesaria si un equipo idéntico al que se proyecta utilizar en la central nuclear de Trillo, unidad II, fuese sometido a prueba, según las directrices mencionadas en la citada norma, en la central de referencia o en alguna central nuclear del país de origen del proyecto.



A.10. El proyecto, fabricación, montaje, pruebas e inspección de los componentes mecánicos que afecten a la seguridad nuclear deberán ajustarse a requisitos establecidos de reconocida aplicación para cada uno de los distintos niveles de calidad en que aquéllos son clasificados.

Cuando los requisitos aplicados sean los establecidos, o los que pudieran desarrollarse en un futuro próximo, en la República Federal de Alemania deberán ser identificados y puestos en conocimiento de la Administración previamente a su aplicación. En los casos en que no se suministre evidencia documental de tales requisitos habrán de utilizarse otros de reconocida solvencia en la industria nuclear.

#### A.11. Protección física de la instalación.

El proyecto de la instalación incorporará los sistemas de seguridad industrial requeridos para la protección física de la instalación. La implantación de los mismos se realizará en base al programa establecido en la guía DSN/07/78, «Criterios sobre seguridad física de las instalaciones nucleares», publicado por la Junta de Energía Nuclear, y en la guía INFCI RC/225/Rev. 1, «Protección física de los materiales nucleares», del Organismo Internacional de Energía Atómica, así como al contenido de las normas aplicables del país de origen del proyecto. Cualquier desviación de las guías referenciadas deberá ser favorablemente apreciada por la Dirección General de la Energía.

### APENDICE B

#### Componentes, sistemas o estructuras que requieren aprobación antes de su fabricación o construcción

El combustible nuclear y componentes internos del núcleo, el sistema de limitación y el sistema de refrigeración de emergencia de los servicios esenciales requerirán aprobación de la Dirección General de la Energía antes de su fabricación o construcción. A este fin, el titular deberá presentar a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear, con suficiente anticipación, la información que se especifica en cada caso.

**B.1. Combustible nuclear y componentes internos del núcleo (barras de control, taponés, conjuntos de veneno consumible y fuentes de neutrones).**

##### B.1.1. Proyecto mecánico.

B.1.1.1. Justificación y verificación de las bases de proyecto en relación con:

1. La temperatura máxima del combustible.
2. Los esfuerzos de corta duración sobre la vaina debidos a:

a) Aplastamiento de la vaina a principio de vida. Demostración mediante un análisis paramétrico del carácter conservador de la temperatura de la vaina utilizada en el cálculo. Justificación del valor de la sobrepresión considerada.

b) Tensiones a corto plazo. Justificación de la selección de sucesos considerados.

c) Interacción combustible-vaina a principios de vida. Justificación documentada de que los efectos locales en la interacción pastilla-vaina son despreciables.

3. Resistencia a la fatiga.
4. Deformación de la vaina a largo plazo por:

a) Fluencia lenta. Indicar las condiciones de realización del programa experimental en el que se apoya la figura 4.2.1-10 del estudio preliminar de seguridad.

b) Interacción mecánica combustible-vaina. Presentación documentada de los experimentos realizados y resultados obtenidos. Intervalo de sucesos considerados (condiciones I y II de la norma ANSI N-18.2). Condiciones de operación y procedimientos de precondicionado del combustible recomendados.

En todo caso, los valores de los parámetros utilizados en los análisis anteriores serán los especificados para la central nuclear de Trillo, unidad II.

B.1.1.2. Información detallada sobre el proyecto estructural del combustible y demás componentes internos del núcleo.

B.1.1.3. Documentación relativa al proyecto y fabricación del combustible, en especial:

- Especificaciones.
- Planos, listas de materiales, listas de componentes.
- Cálculos de proyecto.
- Procedimientos de soldadura, incluyendo las pruebas de cualificación.
- Plan secuencial de fabricación y examen.
- Planes de examen de materiales y productos semiacabados.
- Documentos de resultados de pruebas.

##### B.1.2. Proyecto neutrónico.

B.1.2.1. Justificación del cumplimiento de la normativa desarrollada sobre la materia hasta la fecha de elaboración del proyecto definitivo, en especial, normas KTA del país de origen del proyecto.

B.1.2.2. Distribución del veneno consumible en cada elemento combustible y axialmente en el núcleo, así como los detalles de los reflectores axiales.

B.1.2.3. Demostración de que los coeficientes de temperatura del refrigerante no son positivos o, en los casos en que lo sean,

demostración de que la operación del reactor está restringida de manera que la ocurrencia de cualquier situación anormal, en esta situación, no da origen a consecuencias peores que las admisibles. A este fin, se tendrán en cuenta los accidentes con pérdida de refrigerante y los accidentes por extracción incontrolado de un banco de barras de control en situación de reactor subcrítico, con o sin actuación de la parada rápida.

B.1.2.4. Los datos de la curva de concentración de boro en función del grado de quemado, que hacen el reactor crítico y las concentraciones que, con los bancos de barras de control insertados, a excepción de la barra de mayor valor, mantienen el reactor subcrítico con margen suficiente ante la ocurrencia de una extracción de barras o una dilución de boro incontrolada. Se justificará que los procedimientos de arranque impedirán toda dilución adicional sin extracción previa de barras (al principio, a mitad y a fin del ciclo). Asimismo, se justificarán las concentraciones críticas de boro previstas para las distintas configuraciones que se han tenido en cuenta en el balance de reactividad, tanto al principio como a mitad y a fin del ciclo.

B.1.2.5. Los valores de barras de control al principio, a mitad y a fin del ciclo, demostrando que son consistentes con las contenidas en el estudio preliminar de seguridad presentado.

B.1.2.6. Justificación de que el proyecto del núcleo asegura la capacidad del mismo para alcanzar la duración del ciclo prevista, con la demanda de energía requerida, sin violar los límites de quemado.

B.1.2.7. Los límites de inserción de barras y las posiciones de consigna de los bancos de barras.

B.1.2.8. Los valores de los factores de pico Fxy para todas las combinaciones posibles de inserción de barras.

B.1.2.9. Las distribuciones axiales de potencia posibles durante transitorios de condición I, especialmente cambios de carga, y de condición II (ANSI N. 19.2).

B.1.2.10. Justificación de que los factores de pico de proyecto no serán sobrepasados durante transitorios de condición I y de que se han tenido en cuenta las distribuciones axiales de potencia a que se refiere el apartado anterior, para el cálculo de los valores límites y de peligro del sistema de protección y valores de actuación del sistema de limitación. Se presentarán y justificarán los modelos y procedimientos de cálculo utilizados.

B.1.2.11. Confirmación de la curva del margen de parada presentada, prolongándola hasta valores de enfriamiento del refrigerante de al menos 100 grados centígrados. Se deberá incluir el procedimiento de cálculo de la citada curva, demostrando su consistencia con las definiciones de los coeficientes de reactividad usadas. Caso de utilizarse algún procedimiento de cálculo «ad-hoc» deberá documentarse y justificarse.

B.1.2.12. Los valores del factor de pico nuclear obtenidos específicamente para la central nuclear de Trillo, unidad II, y un estudio comparativo con los obtenidos en la central de referencia y en las centrales nucleares del país de origen del proyecto.

B.1.2.13. La siguiente información adicional:

— El coeficiente «Doppler» a mitad y a fin del ciclo en función de la temperatura del combustible.

— El coeficiente «Doppler» a principio y a fin del ciclo, con los bancos de barras de control D situados en sus límites de inserción, en función de la temperatura del combustible.

— El coeficiente de temperatura del moderador a mitad de ciclo (desaparición de veneno consumible) en función de la temperatura del refrigerante.

— El coeficiente de temperatura del moderador, con los bancos D y L de barras de control insertados en las posiciones de consigna en caliente y a potencia nula, en función de la temperatura del refrigerante, entre 100 y 300 grados centígrados, tanto al principio como a mitad y a fin del ciclo.

— El coeficiente de potencia en función de la misma, entre cero y 100 por 100 de la potencia nominal a principio y a fin del ciclo.

— El valor diferencial de boro en función de su concentración, a principio y a fin del ciclo.

##### B.1.3. Proyecto termohidráulico.

B.1.3.1. Demostración de que la validez de la inclusión del factor de rejilla espaciadora en la correlación W-3 ha sido comprobada experimentalmente. El estudio contemplará los intervalos de parámetros que cubran las situaciones de interés, mostrando:

a) Que hay datos estadísticos suficientes y éstos son apropiados al proyecto de la central nuclear de Trillo, unidad II.

b) Que el empleo del mencionado factor ha sido aprobado en otras centrales en el país de origen del proyecto.

B.1.3.2. Justificación de que el análisis de canal caliente es adecuado, como técnica conservadora, para determinar el margen de seguridad respecto a los límites de integridad del combustible. Esta justificación deberá incluir los aspectos siguientes, considerando las desviaciones posibles de los parámetros fundamentales, tanto en el curso de transitorios operacionales previstos (condición I) como en el curso de transitorios anormales (condición II):

a) La reducción del factor de canal caliente de entalpía  $F_{AH}$  debida al mezclado y redistribución del refrigerante.

b) El efecto de inserción de bancos de barras de control.

c) Los valores posibles de  $F_{AH}$  permitidos por el sistema de limitación.

d) La influencia de posibles distribuciones de potencia no cosenoidales.

B.1.3.3. Un estudio detallado del análisis de incertidumbre de los factores de canal caliente de naturaleza estadística, justificando el factor de mezclado usado.

#### B.1.4. Normativa aplicada.

Una lista completa y detallada de los criterios, códigos, normas y guías a utilizar en el proyecto, en la fabricación y en las pruebas.

#### B.2. Sistema de limitación.

B.2.1. Justificación de que el método de calibrado de los detectores intranucleares (PDD's) utilizados por el sistema de limitación es adecuado y que los valores de actuación para limitar la potencia total y órdenes RELEB para limitar la densidad de potencia son suficientes para garantizar el mantenimiento de los factores de canal caliente durante todos los transitorios posibles en operación normal, incluidos los defectos de funcionamiento por averías o fallos del sistema de regulación y control que no esté demostrado que puedan ser tenidos como imposibles. Debe demostrarse asimismo la idoneidad de las medidas a tomar en caso de fallo de estos detectores.

B.2.2. Descripción de los sistemas de limitación con detalle suficiente para demostrar el cumplimiento de la norma KTA 3501 del país de origen del proyecto. Se asignará el tipo —operacional, de variables de proceso o protectora— que corresponda a cada una de las limitaciones integradas en estos sistemas, justificando la asignación en base a sus funciones.

B.2.3. Justificación de la capacidad y fiabilidad de la instrumentación PDD, caso de que las limitaciones de la densidad de potencia puedan ejercer funciones de protección local en el núcleo. En este caso, se demostrará el cumplimiento de los requisitos de la norma KTA 3501, antes mencionada.

B.2.4. Identificación de las diferencias del sistema de limitación con el de la central de referencia y con las de las centrales nucleares del país de origen del proyecto.

B.2.5. Documentación relativa al cumplimiento de la condición A.9.5., en lo que afecta al sistema.

B.2.6. Análisis de la actuación del sistema de limitación en el caso de transitorios por fallo en el sistema de control de la reactividad y en la protección del núcleo asociada. Se tendrán en cuenta las normas sobre análisis de accidentes y proyecto del núcleo que se desarrollen como complemento de la citada norma KTA 3501. Deberán incluirse en el análisis los siguientes transitorios, considerando los aspectos que se detallan en cada caso.

B.2.6.1. Transitorios motivados por desviaciones del programa de movimiento de los accionadores de los conjuntos de barras de control.

##### a) Sucesos a considerar:

- Inserción imprevista de conjuntos de control individuales.
- Caída imprevista de conjuntos de control.
- Fallo de conjuntos de control al moverse en caso de aumento de potencia.
- Extracción imprevista de conjuntos de control durante el arranque.
- Extracción imprevista de conjuntos de control a plena potencia.

##### b) Hipótesis de partida:

- El estado inicial del transitorio será el de operación más desfavorable, teniendo en cuenta el fallo en la detección de la variable del proceso más significativa.
- La actuación de las acciones protectoras estará de acuerdo con lo establecido en la norma RT/ 3501. Deberán clasificarse todos los sistemas que pueden intervenir durante el suceso, especialmente si inician acciones protectoras, de acuerdo con las categorías establecidas en la norma anterior.

##### c) Alcance del análisis:

- Consecuencias del transitorio, con y sin interferencias de sistemas clasificados como operacionales. Deberán analizarse las modificaciones de las distribuciones de potencia durante el transitorio y su efecto sobre el margen con respecto a los límites locales de protección del núcleo.
- Capacidad de la instrumentación para detectar defectos locales en la distribución de potencia, antes y después del transitorio, y para mantener los factores de canal caliente en los distintos estados operacionales (presiones, temperaturas y grado de quemado del combustible) dentro de límites.

##### d) Modelo de cálculo:

- Descripción y justificación de las ecuaciones del modelo de cálculo utilizado y de los datos de entrada y salida.

B.2.6.2. Transitorio debido a la expulsión de un conjunto de barras de control.

— Estudio completo del transitorio justificando, especialmente, el tratamiento de la realimentación «Doppler», las posiciones y valores iniciales de barras de control y el análisis térmico de puntos calientes. A este fin se tendrán en cuenta, también, las consideraciones aplicables incluidas en el apartado B.2.6.1 anterior, debiendo prestarse particular atención a la existencia

de diversidad de criterios de disparo, de acuerdo con lo establecido en la norma KTA 3501, antes mencionada.

B.2.6.3. Transitorios producidos por fallos en el sistema de control químico.

— Se tendrán en cuenta las mismas consideraciones aplicables incluidas en el apartado B.2.6.1 anterior, debiendo prestarse particular atención a la justificación de la idoneidad de los valores supuestos de las tasas de inserción de reactividad, las acciones protectoras posibles, especialmente la actuación de la limitación de inserción de componentes de control y la imposibilidad del retorno a crítico una vez producido el disparo.

B.3. Sistema de refrigeración de emergencia de los servicios esenciales (sumidero último de calor).

Justificación de que el sistema tiene capacidad suficiente a largo plazo en presencia de las condiciones ambientales y fenómenos naturales más adversos. A la vista de las características precisas del proyecto y emplazamiento del sistema, el titular verificará esta condición mediante un análisis detallado del cumplimiento de los criterios aplicables de la Guía número 127 publicada por el Organismo regulador de los Estados Unidos de América. El sistema dispondrá de cuatro torres de refrigeración, dispuestas en dos grupos de dos torres, a cada uno de los cuales irá asociada una piscina de almacenamiento de agua. La distancia entre los dos conjuntos piscina-grupo de torres no será inferior a 50 metros.

## APENDICE C

### Información sometida a plazo

Dentro de los plazos que se indican, a partir de la fecha de aprobación de la organización del titular, a que se refiere la condición novena de la autorización de construcción, el titular remitirá a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear la información adicional que a continuación se detalla. En caso de demorarse la ejecución del proyecto o de las obras se deberá solicitar de la Dirección General de la Energía la ampliación de los plazos indicados con suficiente antelación, justificando adecuadamente las razones existentes.

#### C.1. En el plazo máximo de tres meses:

C.1.1. Una comparación del sistema de protección del reactor con el de la central de referencia. Dicha comparación identificará aquellas partes o equipos que ofrezcan discrepancias de proyecto, justificando adecuadamente las mismas.

C.1.2. La información necesaria para justificar la idoneidad de los circuitos de cálculo analógico del sistema de protección. Esta información describirá los mismos con detalle suficiente, las ecuaciones que ejecutan, la comparación de estas ecuaciones con las de la central de referencia, un análisis de su experiencia operacional y las hipótesis y transitorios considerados en su establecimiento.

C.1.3. Los criterios de proyecto del sistema contra incendios (sistemas de detección, sistemas de actuación, etc.), de acuerdo con la «Branch Technical Position APCSB 9.5», desarrollada por el Organismo regulador de los Estados Unidos de América, justificando adecuadamente las desviaciones existentes.

C.1.4. Los criterios de proyecto de la piscina de almacenamiento de combustible irradiado, justificando su capacidad a largo plazo. El estudio de seguridad correspondiente incluirá el sistema de purificación y refrigeración de la misma.

C.1.5. El calendario y programa para la elaboración del proyecto y la construcción de la instalación.

#### C.2. En el plazo máximo de seis meses:

C.2.1. Los modelos de cálculo y procedimiento de proyecto utilizados para la obtención de las secciones eficaces, en función del quemado, y para la determinación de los factores de pico (Locales, Fxy, Fz). Se acompañará la validación experimental disponible.

C.2.2. La clarificación de las definiciones usadas de los coeficientes de reactividad, especificando los valores asignados a las siguientes variables, que determinan la configuración del estado del núcleo: temperatura del refrigerante, temperatura efectiva del combustible, nivel de potencia, concentración de xenón, grado de quemado, posiciones de las barras de control y concentración de veneno soluble. Caso de existir relaciones implícitas entre estas variables, por ejemplo: boro y grado de quemado (boro crítico); nivel de potencia, temperatura de refrigerante y temperatura efectiva del combustible (regulación de temperatura) xenón y nivel de potencia (equilibrio), etc., deberán incluirse en la definición.

C.2.3. La documentación y justificación del modelo utilizado para el cálculo de los coeficientes de reactividad. Se demostrará que el uso del modelo de cinética puntual, con los coeficientes anteriores, es suficientemente conservador en los diferentes transitorios en que son utilizados.

C.2.4. Los métodos usados para el tratamiento estadístico de los diferentes componentes de los factores tecnológicos que afectan al factor de pico nuclear.

C.2.5. Un documento incluyendo una descripción del contenido y formato de las especificaciones de funcionamiento de la instalación.

C.2.6. Un análisis detallado y datación de aquellos fenómenos geológicos que, situados en un área de ocho kilómetros

en torno al emplazamiento y cuya descripción somera figura en el informe «Estudio geológico y sísmológico en un área de 50 kilómetros de radio alrededor del emplazamiento - central nuclear de Trillo, unidad I, julio 1979», pudieran indicar algún tipo de actividad geológica durante el Pliocuaternario. La Memoria explicativa y la cartografía de detalle que se elaboren darán cuenta claramente de las formaciones pliocuaternarias existentes y del entorno estructural de las mismas.

C.2.7. Los estudios meteorológicos, hidrológicos e hidrogeológicos complementarios relativos al emplazamiento, a la vista de las condiciones locales del lugar de ubicación de los edificios de la instalación.

C.2.8. El programa de vigilancia radiológica ambiental. Este se realizará de acuerdo con los requisitos de la Guía número 3 sobre seguridad nuclear, publicada por la Junta de Energía Nuclear, «Guía para el establecimiento de un programa de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares». El titular presentará, dentro del primer semestre de cada año natural, un informe que contenga los resultados de dicho programa.

C.2.9. El programa de formación y adiestramiento del personal de operación de la central especificando si, de acuerdo con el artículo 66 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se ha establecido algún concierto sobre el adiestramiento de dicho personal. Se justificará que en la selección del personal se han seguido las recomendaciones contenidas en las guías sobre seguridad nuclear, publicadas por la Junta de Energía Nuclear: Guía número 2, «Cualificaciones y requisitos exigidos a los candidatos a la obtención y uso de licencias de operación de centrales nucleares de potencia»; Guía número 4, «Guía para la obtención del título de Jefe de Servicio de Protección contra las Radiaciones», y Guía número 5, «Requisitos físico-psíquicos exigidos a los candidatos para la obtención y uso de las licencias de operadores y supervisores de instalaciones nucleares y radiactivas».

C.2.10. La demostración de que la red exterior es estable frente a las posibles formas de desconexión de la central.

C.3. *En el plazo máximo de un año y, en todo caso, antes de la fabricación de los componentes afectados:*

C.3.1. Un análisis de los efectos sobre los componentes de los sistemas con misiones relacionadas con la seguridad nuclear, a causa de roturas de tuberías de alta y moderada energía.

C.3.2. Un estudio detallado sobre los efectos derivados de los transitorios previstos sin parada rápida. Contendrá: los detalles de los posibles transitorios previstos, la justificación de las hipótesis introducidas en los modelos de cálculo utilizados (experimental donde sea aplicable), los efectos o consecuencias derivadas a corto y largo plazo y las posibles medidas para evitar que se excedan los límites de seguridad.

C.3.3. Un análisis de fallo único de la grúa de manejo del cofre de combustible irradiado, demostrando que en ningún caso dicho fallo afectará a la piscina de combustible irradiado.

C.3.4. Un estudio de la presión producida en el recinto anular del edificio del reactor, al postular el accidente de rotura de una tubería del sistema de extracción del calor residual en el interior del mismo, demostrando que no se alcanzan valores inadmisibles.

C.3.5. La demostración de que el caudal de las bombas del sistema de borado adicional es suficiente para mitigar las consecuencias de todos los sucesos accidentales que requieren su intervención.

C.3.6. Un análisis justificativo de que, en caso de producirse un rotura pequeña en el sistema primario de refrigeración, se puede controlar la central de forma manual, aun en el caso de que se produzca el fallo pasivo del subsistema de adquisición de datos analógicos del sistema de protección del reactor. El análisis deberá identificar claramente todas las operaciones manuales y señalar los momentos en que sería preciso tomarlas.

C.4. *Antes del comienzo de la construcción de los componentes, sistemas y estructuras que se identifican a continuación:*

C.4.1. Losas de cimentación de los edificios.

C.4.1.1. La cartografía geológico-geotécnica de las excavaciones, así como su interpretación dentro del entorno geológico de las mismas, el plano de distribución de cargas y la definición del modelo geomecánico adoptado. Cuando proceda dará cuenta también, en el más breve plazo posible, de cualquier imprevisto descubierto durante la excavación y que pudiera comprometer la seguridad nuclear.

C.4.1.2. El programa de seguimiento para controlar el comportamiento del terreno y de las estructuras de la instalación desde el inicio de las excavaciones y a lo largo de toda la obra. Una vez remitido dicho programa a la Junta de Energía Nuclear, el titular enviará a este Organismo un informe anual, a no ser que las circunstancias requieran una mayor urgencia, que contendrá las observaciones recogidas con el plan citado y las posibles revisiones de éste, así como el tratamiento y la interpretación de dichas observaciones y las modificaciones, si hubiese alguna, que se hubiesen estimado procedentes.

C.4.1.3. La descripción general y el calendario, tanto en lo que se refiere a la elaboración de detalle como a la puesta en práctica del proyecto de obra civil. Una vez remitida la documentación pertinente a la Junta de Energía Nuclear, los informes trimestrales del titular darán cuenta de la labor realizada durante el periodo correspondiente, así como del grado de cum-

plimiento de las previsiones hechas y de la justificación de las modificaciones introducidas.

C.4.2. Edificio del reactor y recinto de contención.

C.4.2.1. La demostración de que el anclaje de las losas o bloques de hormigón situados sobre las aberturas entre subcompartimentos del edificio del reactor y que se hayan considerado en los cálculos de presiones diferenciales como un solo cuerpo suficiente para resistir las cargas producidas en caso de accidente base de proyecto.

C.4.2.2. Los análisis de las distribuciones asimétricas de presión que se producirían en el interior de cada uno de los compartimentos del recinto de contención, que contenga algún componente del sistema primario, en caso de un accidente con pérdida de refrigerante en el interior del compartimento.

C.4.2.3. Los detalles del edificio del reactor con respecto a las cargas de chorro y proyectiles, en el caso de ruptura del sistema de refrigerante del reactor. Los cálculos han de basarse en estimaciones conservadoras de las masas requeridas para el blindaje y la absorción de los proyectiles y fuerzas de chorro. Se deberán especificar los márgenes de seguridad introducidos, al efecto de cubrir incertidumbres en los espesores de blindaje o para absorber fuerzas de chorro o de proyectiles secundarios.

C.4.2.4. El análisis del transitorio de presión en el volumen de la contención secundaria (entre la contención de acero y el edificio de blindaje) producido por un accidente con pérdida de refrigerante.

C.4.2.5. La justificación de que se han considerado las cargas obtenidas en el cálculo de las presiones diferenciales entre subcompartimentos añadiendo un margen de seguridad del 15 por 100.

C.4.2.6. Los caudales máscos y energéticos de descarga (en forma de tablas) para cada una de las distintas posiciones y tamaños de rotura a considerar en la obtención de la presión máxima en la contención y presión diferencial máxima entre subcompartimentos de la misma. Las roturas a considerar incluyen las producidas en el sistema primario y secundario (tubería de vapor principal, tubería de agua de alimentación).

C.4.3. Edificio de turbina.

Las medidas adoptadas en el proyecto para que todos los componentes, sistemas y estructuras de la central, con funciones de seguridad, resulten protegidos contra la acción de proyectiles que puedan originarse en el edificio de turbina, incluidos aquellos que se producen por fallos de los recipientes a presión allí ubicados.

C.4.4. Sistemas, componentes y estructuras de categoría sísmica I.

El proyecto sísmorresistente de las distintas estructuras, sistemas, equipos y componentes de categoría sísmica I.

C.4.5. Sistema de refrigeración de la central.

La justificación de que el sistema de refrigeración de la central es el más adecuado, a la vista de las características técnicas del emplazamiento y del impacto esperado sobre el medio ambiente. El titular verificará el cumplimiento de esta condición mediante un análisis riesgo-beneficio comparado entre todas las opciones técnicas posibles.

C.4.6. Sistema primario de refrigeración del núcleo.

C.4.6.1. Análisis justificativos de que, en caso de accidente con pérdida de refrigerante, el proyecto de la barrera de presión del refrigerante del reactor (incluidos los soportes de sus componentes y de los generadores de vapor), así como de los componentes internos de la vasija, permiten garantizar razonablemente que:

a) Las cargas y tensiones resultantes no producen deformaciones o destrucción en los componentes internos de la vasija del reactor que pongan en peligro la geometría del núcleo necesaria para la extracción del calor residual, el suministro del agua de refrigeración de emergencia del núcleo y la parada segura y fiable del reactor. Este análisis tendrá en cuenta, especialmente, las presiones asimétricas en el interior de la vasija y en la cavidad comprendida entre ésta y el blindaje biológico y las presiones diferenciales en las placas de partición de los generadores de vapor de los circuitos intactos, así como las cargas sobre los tubos guías de las barras de control y las posibles vibraciones de los elementos combustibles.

b) Las fuerzas de reacción resultantes sobre los componentes del sistema primario de refrigeración del núcleo secundario de producción de vapor, así como las producidas por presiones asimétricas en el interior de la vasija y en la cavidad comprendida entre ésta y el blindaje biológico no ponen en peligro la capacidad de refrigeración del reactor ni la efectividad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

Este análisis justificará que el proyecto de los anclajes y soportes de todos los componentes del sistema primario y de los generadores de vapor permite garantizar la exclusión de roturas adicionales derivadas en el sistema primario de refrigeración y tuberías de interconexión con otros sistemas, en especial con los del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo.

c) El proyecto de las tuberías de guarda de las tuberías del refrigerante primario dentro del área de blindaje biológico puede resistir las cargas producidas.



C.4.6.2. Requisitos de dimensionado, proyecto, materiales, construcción y pruebas en fábrica de los volantes de inercia de las bombas del circuito primario de refrigeración del reactor, a la vista de los cálculos de los límites de tensión, así como la homologación del material utilizado en la construcción de la carcasa de las bombas.

C.4.6.3. Estudio del accidente de agarrotamiento de una bomba del sistema primario.

C.4.6.4. Evaluación de la seguridad de la central en operación con sólo dos lazos.

C.4.6.5. Demostración de que las curvas características de las bombas del sistema primario son menos desfavorables que las especificadas por el fabricante en cualquier situación, incluyendo posibles fallos de sus medios de alimentación o sistemas auxiliares. En particular se analizarán fallos en los cojinetes.

C.4.6.6. Justificación del cumplimiento de lo establecido en la norma KTA 3501 del país de origen del proyecto sobre condiciones de operabilidad del sistema de protección, en lo que se refiere a la exigencia de diversidad de criterios de disparo, para el disparo por bajo caudal, demostrando que es permisible usar un único tipo de detector de variaciones del caudal en los lazos del refrigerante.

C.4.6.7. Análisis completo de la pérdida de caudal en modo acoplado de las bombas del sistema primario (una y tres bombas). Debe incluirse:

a) Documentos que muestren el modelo utilizado de caída de la potencia lineal tras el disparo por bajo flujo. Influencia de la inserción de barras de control, distribución axial de potencia y coeficiente de moderador en la curva resultado.

b) Estudio paramétrico de la influencia de la presión inicial y la distribución axial de potencia (especialmente picos altos y bajos) en el coeficiente límite de ebullición nucleada inicial y su degradación en el curso del transitorio.

c) Justificación del tratamiento de los factores de canal caliente, incluyendo posible inserción inicial de bancos de barras de control y las distribuciones axiales incluidas en b). De manera especial debe tratarse la posibilidad de modificaciones de la distribución de caudal a la entrada del núcleo durante el transitorio y el comportamiento de la caja distribuidora.

d) Análisis de retardos del sistema de protección, comparado con el de la central de referencia y con el de otras centrales nucleares del país de origen del proyecto.

C.4.6.8. Análisis de la posibilidad de bloque parcial del caudal del núcleo debido a la existencia de partes sueltas en el sistema primario, o cualquier otra causa similar que pudiese obstruir en todo o en parte los orificios de la placa del núcleo o alterar el funcionamiento de la caja de distribución.

C.4.6.9. La clasificación definitiva de las condiciones de operación utilizada para el establecimiento de las tensiones admisibles y combinación de carga para todos y cada uno de los componentes del sistema primario, incluidos los soportes.

C.4.6.10. El análisis de la capacidad de descarga de las válvulas de seguridad del presionador, justificando los puntos de consigna.

C.4.6.11. Las medidas de protección contra la rotura frágil en la zona de toberas de la vasija del reactor en caso de actuación del sistema de refrigeración de emergencias del núcleo.

C.4.6.12. El análisis de los problemas de corrosión en la zona de las piezas soldadas a las ramas calientes, que sirven para inyector el agua de refrigeración de emergencias al circuito primario.

C.4.6.13. Las bases de proyecto y resultado del cálculo de la vasija del reactor, incluido el análisis de tensiones, fatiga y rotura frágil. El titular deberá estar en posesión del proyecto y cálculo detallado de la vasija.

C.4.6.14. La justificación de que la circulación natural que aparece en el refrigerante es efectiva y suficiente para extraer el calor del circuito primario cuando quede aislado este circuito en presencia de situaciones de accidente.

C.4.6.15. La evaluación específica de la distribución de flujo entrante en el núcleo que incluya: a) el efecto de la caja de distribución en función del caudal, temperatura de entrada y presión del refrigerante; b) el impacto de los cambios introducidos en el faldón respecto al de centrales del país de origen del proyecto, y c) el impacto en la corrección asociada a la distribución de refrigerante en el factor  $F_H$ .

C.4.6.16. La demostración, presentando los documentos apropiados, esquemas de ingeniería, descripción funcional y cálculos, de que el área de doscientos centímetros cuadrados, usada para el cálculo de la descarga de refrigerante al compartimento de toberas, es un valor conservador del área de flujo inverso en el caso de rotura del sistema de refrigerante en la misma unión a la vasija.

C.4.6.17. La especificación de los generadores de vapor a que se refiere el apartado A.6.3 del apéndice A.

C.4.7. Sistema secundario de producción de vapor.

C.4.7.1. El análisis del accidente de rotura de tubos de un generador de vapor. Se describirá y justificará el modelo de cálculo utilizado y las hipótesis iniciales. Asimismo se justificará la integridad estructural de los tubos en presencia de los accidentes postulados, utilizando las combinaciones de carga adecuadas.

C.4.7.2. El análisis de cargas sobre la zona de precalentamiento de los generadores de vapor en caso de rotura de una tubería de agua de alimentación principal.

C.4.7.3. La demostración de que la tubería secundaria que envuelve las tuberías de vapor y agua de alimentación a su paso por el volumen de la contención secundaria resiste las cargas que se producen en caso de ruptura de la tubería interior correspondiente.

C.4.7.4. La justificación documental del cumplimiento del apartado A.6.2 del apéndice A.

C.4.8. Sistema de refrigeración de emergencia del núcleo y evacuación del calor residual.

C.4.8.1. Un análisis completo de la efectividad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo en caso de accidentes con pérdida de refrigerante, teniendo en cuenta el espectro total de roturas del circuito primario (tanto pequeñas como grandes) y las condiciones iniciales de operación más adversas, incluyendo la operación en dos circuitos. Se describirán y justificarán los modelos de cálculo e hipótesis utilizados, que incluirá la forma y extensión de las posibles deformaciones y daños de los elementos combustibles y su repercusión en el caudal del refrigerante y en la temperatura del combustible. En el análisis se utilizarán valores conservadores de la presión del recinto de contención después del accidente considerado, obtenidos como resultado de cálculos específicos previos. Se presentarán dichos cálculos y las hipótesis utilizadas.

C.4.8.2. La demostración de la independencia de los cubículos que alojan los subsistemas de refrigeración de emergencia.

C.4.9. Sistemas de instrumentación y control.

C.4.9.1. La demostración de que el sistema de detección «Aeroball» y el ordenador de proceso toman medidas con suficiente frecuencia y las procesan de manera suficientemente fiable como para asegurar: a) que la central no funcionará sin detección apropiada cuando en algún elemento combustible se alcance el límite del grado de quemado local; b) que la calibración de los detectores intranucleares del sistema de limitación es adecuada.

C.4.9.2. La demostración de que las medidas de los detectores de neutrones externos al núcleo son representativas de la magnitud real que se quiere medir y tienen suficiente precisión en caso de ocurrencia de cualquier transitorio de condición II, incluyendo la influencia del entorno y las condiciones de funcionamiento durante todo un ciclo. Se demostrará también que las diferentes combinaciones de señales, usadas en los circuitos de cálculo y en la formación de señales de iniciación del sistema de protección, que dependen de los detectores externos al núcleo, se mantienen representativas de los parámetros globales equivalentes de la distribución de potencia real que se han utilizado en el análisis de transitorios de condición II. Se tendrán en cuenta las peores configuraciones posibles del núcleo por actuación del sistema de limitación o de regulación y control durante el suceso, o anteriormente, como condición anómala inicial posiblemente no detectada.

C.4.10. Sistemas eléctricos.

La justificación documental del cumplimiento de los apartados A.7.9 y A.7.10 del apéndice A.

C.5. Al presentar el programa de pruebas prenucleares:

La documentación que ha de presentarse en cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 22 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor deberá completarse con la siguiente información:

C.5.1. El programa de medidas de deformaciones y de desplazamientos a la temperatura de operación del sistema primario y de tuberías de conexión.

C.5.2. La existencia en el sumidero del recinto de contención de altura neta positiva de aspiración adecuada y de las garantías de que no se obstruirá ni se producirán vórtices durante la fase de recirculación.

C.5.3. El programa de pruebas de vibraciones de los elementos internos de la vasija del reactor, justificando la posibilidad de repetirlos durante la operación de la central.

C.5.4. El procedimiento para evitar la sobrepresión del sistema primario de refrigeración del núcleo en condiciones de parada fría y con el presionador sin cámara de vapor, en caso de actuación imprevista: a) de las bombas de carga; b) de las bombas del sistema de refrigeración de emergencia, y c) de las bombas principales del sistema de refrigeración del núcleo.

C.5.5. El programa de vigilancia de la química del refrigerante durante la parada del reactor, tanto del primario como del secundario, a fin de evitar la corrosión en las tuberías de acero al carbono que forman parte de las barreras de presión.

C.5.6. El programa detallado de pruebas de hermeticidad (locales y globales) iniciales y periódicas del recinto de contención.

C.5.7. El programa de medidas de los tiempos de retención para el Xe y Kr del circuito de retardo del sistema de tratamiento de residuos radiactivos.

C.5.8. El programa de pruebas de tiempos de retardo del sistema de protección.

C.5.9. El programa de pruebas de las curvas características de las bombas del primario y de la curva de bajada de caudal por pérdida de alimentación.

C.5.10. La justificación, por comparación con los valores medidos, de que el uso de los datos tomados como base para el

cálculo de las presiones diferenciales en el recinto de contención en especial volúmenes de los subcompartimentos, áreas de comunicación y coeficientes de flujo, es conservador. Asimismo se deberá demostrar por comparación con resultados experimentales la fiabilidad de los modelos de cálculo de la descarga de refrigerante desde el sistema primario, utilizados para obtener los caudales necesarios para el cálculo de presiones diferenciales.

C.5.11. La demostración de que el margen de seguridad estipulado por las directrices del Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) no se reduce en más de un 7 por 100 al proyectar la contención para las condiciones iniciales de operación más desfavorables.

C.5.12. La confirmación de los valores de volúmenes del sistema de refrigerante del reactor y del recinto de contención, utilizados en los modelos de cálculo presentados, mediante las adecuadas mediciones. La configuración de todos los parámetros que intervienen en dichos cálculos (grosos de componentes, espesores de las capas de pintura, etc.), a fin de demostrar que resulten conservadores.

#### C.6. Al solicitar el permiso de explotación provisional.

El contenido de los documentos a presentar para solicitar el permiso de explotación provisional deberá incluir, además de los temas especificados en el artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, la siguiente información adicional:

##### C.6.1. Estudio de seguridad.

C.6.1.1. La relación de toda la normativa aplicada a las distintas partes del proyecto, identificando cualquier desviación conocida y, en este caso, analizando las implicaciones derivadas.

C.6.1.2. La justificación de los intervalos previstos entre pruebas periódicas para mantenimiento, a la vista de la práctica utilizada en el país de origen del proyecto.

C.6.1.3. El apartado relativo al proyecto mecánico del núcleo del reactor incluirá una descripción precisa de la experiencia de funcionamiento del combustible de Kraftwerk Union Aktiengesellschaft en reactores de agua a presión.

C.6.1.4. La información adicional necesaria para justificar la idoneidad del dimensionado de los cargadores de baterías y de las baterías, así como del hecho de que existan transferencias automáticas de cargas entre redundancias. La justificación estará basada en criterios técnicos, en la normativa aplicable y en la comparación con la central de referencia.

C.6.1.5. La garantía de que el sistema de sellado de emergencia de las bombas principales se alimenta de las barras de energía eléctrica de emergencia.

C.6.1.6. La documentación necesaria para acreditar la experiencia operacional del sistema de control ISKAMATIC B de Kraftwerk Union Aktiengesellschaft.

C.6.1.7. La justificación de la eficacia de la duplicidad de criterios de iniciación, en cuanto a detección y consiguiente puesta en marcha de acciones protectoras, para aquellos incidentes que deben ser controlados por el sistema de protección del reactor.

C.6.1.8. Un análisis específico para la central nuclear de Trillo, unidad II, de la evolución de la concentración de H<sub>2</sub> en la contención a continuación del accidente con pérdida de refrigerante.

C.6.1.9. El análisis de las consecuencias derivadas cuando se avería una de las bombas de vacío del sistema de tratamiento de residuos gaseosos estando la otra en reparación.

C.6.1.10. El proyecto de las edificaciones que contienen el sistema de tratamiento de sólidos, a fin de evaluar la protección radiológica dentro de las mismas. Se incluirá el sistema de manejo de los bidones, su manipulación y las dosis equivalentes esperadas al personal profesionalmente expuesto.

C.6.1.11. La estimación del grado de contaminación existente en los edificios anular y auxiliar, así como la suficiencia del sistema de ventilación de dichos edificios. Se analizará la incidencia que podría tener una avería en los extractores de dicho sistema.

C.6.1.12. Los modelos numéricos y el cálculo de los espesores de hormigón utilizado como blindaje en los diferentes recintos de la zona controlada de la central.

C.6.1.13. Los resultados de la inspección base o de referencia de la vasija del reactor y demás componentes de la barrera de presión, referida en la condición A.9.1.

C.6.1.14. La dosis equivalente a la glándula tiroidea como consecuencia de la ingestión de leche procedente de animales que pasten en un radio inferior a los diez kilómetros de la central nuclear.

##### C.6.2. Plan de emergencia.

El plan de emergencia contendrá las medidas para la evacuación y tratamiento de las personas que pudieran irradiarse o contaminarse en caso de accidente nuclear. El plan se ajustará al contenido de la guía número 6, «Plan de emergencia en centrales nucleares», y revisiones a la misma, publicada por la Junta de Energía Nuclear, y al contenido del documento SG-06, Rev. 7, «Preparedness of the Operating Organization for Emergencies at Nuclear Power Plants», publicado por el Organismo Internacional de Energía Atómica o equivalentes.

#### C.6.3. Cumplimiento de límites y condiciones.

Se presentará una declaración documentada del cumplimiento de los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica contenidos en la autorización de construcción o en posteriores disposiciones de este Ministerio relativas a la construcción y montaje de la instalación.

#### C.7. Al solicitar el permiso de almacenamiento temporal de sustancias nucleares:

La planificación del programa de protección física para el transporte de las sustancias nucleares, con las responsabilidades del titular y transportista, y las cualificaciones del personal implicado.

**25730** RESOLUCION de 3 de noviembre de 1980, de la Dirección General de Minas, por la que se hace público el otorgamiento del permiso de exploración que se cita, de las provincias de Segovia y Madrid.

Con fecha 3 de noviembre de 1980, por esta Dirección General de Minas ha sido otorgado el siguiente permiso de exploración:

Número, 976; nombre, «La Cuesta»; mineral, recursos Sec. C); cuadrícula, 2.736, meridianos, 0° 08' y 0° 24' W. y paralelos, 40° 52' y 41° 11' N.

Lo que se hace público de conformidad con lo dispuesto en el artículo 61 del Reglamento General para el Régimen de la Minería de 25 de agosto de 1978.

Madrid, 3 de noviembre de 1980.—El Director general, Adriano García Loygorri.

**25731** RESOLUCION de 3 de noviembre de 1980, de la Dirección General de Minas, por la que se hace público el otorgamiento del permiso de exploración que se cita, de las provincias de Segovia y Avila.

Con fecha 3 de noviembre de 1980, por esta Dirección General de Minas ha sido otorgado el siguiente permiso de exploración:

Número 972; nombre, «Albosa»; mineral, recursos Sec. C); cuadrícula, 360; meridianos, 0° 48' y 0° 36' W. y paralelos, 40° 44' y 40° 40' N.

Lo que se hace público de conformidad con lo dispuesto en el artículo 61 del Reglamento General para el Régimen de la Minería de 25 de agosto de 1978.

Madrid, 3 de noviembre de 1980.—El Director general, Adriano García Loygorri.

**25732** RESOLUCION de 3 de noviembre de 1980, de la Dirección General de Minas, por la que se hace público el otorgamiento del permiso de exploración que se cita, de las provincias de Segovia y Valladolid.

Con fecha 3 de noviembre de 1980, por esta Dirección General de Minas ha sido otorgado el siguiente permiso de exploración:

Número, 980; nombre, «Soña»; mineral, recursos Sec. C); cuadrícula, 792; meridianos, 0° 25' y 0° 14' W, y paralelos, 41° 31' y 41° 23' N.

Lo que se hace público de conformidad con lo dispuesto en el artículo 61 del Reglamento General para el Régimen de la Minería de 25 de agosto de 1980.

Madrid, 3 de noviembre de 1980.—El Director general, Adriano García Loygorri.

## MINISTERIO DE AGRICULTURA

**25733** ORDEN de 6 de noviembre de 1980 por la que se declara incluida en zona de preferente localización industrial agraria, la ampliación de la almazara de la Sociedad «Olior Porcuna, S. A.», sita en Porcuna (Jaén).

Ilmo. Sr.: De conformidad con la propuesta elevada por esa Dirección General de Industrias Agrarias sobre la petición formulada por la Sociedad «Olior Porcuna, S. A.», para ampliar una almazara, sita en Porcuna (Jaén) acogiéndose a los beneficios previstos en el Decreto 2392/1972, de 18 de agosto, y demás disposiciones dictadas para su ejecución y desarrollo,